

(12)

DEMANDE DE BREVET EUROPEEN

(21) Numéro de dépôt: **79400881.3**

(51) Int. Cl.³: **G 21 C 17/04**
G 01 T 1/00

(22) Date de dépôt: **16.11.79**

(30) Priorité: **24.11.78 FR 7833266**

(43) Date de publication de la demande:
11.06.80 Bulletin 80/12

(84) Etats Contractants Désignés:
BE DE GB IT NL SE

(71) Demandeur: **COMMISSARIAT A L'ENERGIE**
ATOMIQUE Etablissement de Caractère Scientifique
Technique et Industriel
31/33, rue de la Fédération
F-75015 Paris(FR)

(72) Inventeur: **Beslu, Pierre**
"Aramis I" Val de la Torse
F-13100 Aix en Provence(FR)

(72) Inventeur: **Leuthrot, Claude**
Villa No 13 La Colline
F-84120 Beaumont de Pertuis(FR)

(74) Mandataire: **Mongredien, André et al,**
c/o Brevatome 25, rue de Ponthieu
F-75008 Paris(FR)

(54) **Procédé de détection et de caractérisation des ruptures de gaines d'éléments combustibles de réacteur nucléaire.**

(57) Dans un procédé de détection et de caractérisation des ruptures de gaines d'éléments combustibles de réacteur nucléaire on détermine par le calcul: a) une série de premiers abaques donnant l'activité des nucléides dans le réfrigérant en fonction de la température du combustible; b) un deuxième abaque donnant, en fonction de v_g et de la température du combustible, les rapports d'activités des différents nucléides pris deux à deux; c) un troisième abaque, donnant pour ces mêmes rapports les variations du coefficient v_g en fonction du rapport d'activités lui-même; on détermine une valeur moyenne du coefficient v_g ; on détermine, à partir de valeurs des rapports d'activités de nucléides reportées sur le deuxième abaque, une valeur moyenne de la température du combustible; on détermine, à partir de l'abaque de la première série, le nombre réel de fissures.

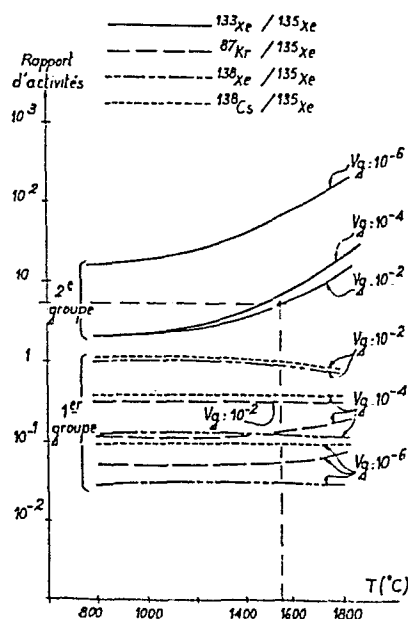


FIG. 3

La présente invention a trait à la détection et à la détermination des caractéristiques des ruptures de gaines qui peuvent intervenir dans les réacteurs nucléaires. Elle s'applique tout particulièrement aux réacteurs à eau
5 légère ou lourde, mais peut également trouver des applications intéressantes dans le domaine des réacteurs refroidis par métal liquide.

Dans la suite du texte, et pour ne pas alourdir la description, il sera fait référence de façon quasi exclu-
10 sive aux réacteurs modérés et refroidis à l'eau légère, mais il est bien entendu que ceci ne doit pas être considéré comme une limitation du domaine d'application de la présente invention.

Dans les réacteurs modérés à l'eau légère du type
15 PWR ou BWR existants à ce jour, le matériau combustible est généralement de l'oxyde d'uranium UO_2 gainé à l'aide d'enveloppes de zircaloy, le combustible étant réparti en un certain nombre d'assemblages autonomes comportant chacun un grand nombre de crayons de combustible. A titre d'exemple,
20 et pour rappeler des ordres de grandeur, un réacteur PWR d'une puissance de 900 MW électriques possède environ 40 000 crayons de combustible d'une longueur de 3,60 m répartis, dans des exemples courants, en 154 assemblages comprenant chacun 264 crayons.

Ces éléments combustibles, constituant le coeur du réacteur, baignent directement dans l'eau modératrice qui constitue aussi le réfrigérant primaire du réacteur. Dans le cas où une ou plusieurs gaines de crayons de combustible viennent à subir des ruptures ou fissures, les pro-
30 duits de fission radioactifs, qui normalement restent piégés à l'intérieur de la gaine se répandent alors à l'extérieur de celle-ci dans le réfrigérant primaire et, de là, peuvent contaminer la cuve du réacteur et un certain nombre de composants tels que les pompes et échangeurs primaires.
35 Il y a donc un grand intérêt à surveiller, au cours du

fonctionnement d'un tel réacteur nucléaire, l'apparition puis l'évolution éventuelle de fissures ou de ruptures dans les gaines constituant les crayons d'éléments combustibles.

Jusqu'à ce jour, aucun procédé vraiment satisfaisant n'a pu être mis en oeuvre pour répondre à ce besoin et l'on se contente, par des méthodes plus ou moins empiriques, de surveiller l'activité globale de l'eau primaire de réfrigération en produits de fission.

La présente invention a pour objet un procédé de détection et de détermination des caractéristiques des ruptures de gaines d'éléments combustibles de réacteur nucléaire qui permet, après avoir effectué la détection de toute rupture de gaine survenant dans l'un des crayons des assemblages du coeur, d'en déterminer le nombre moyen, l'importance ainsi qu'éventuellement la localisation par des moyens simples à mettre en oeuvre.

D'une façon générale, la surveillance des ruptures de gaines éventuelles ne peut intervenir qu'en utilisant comme source d'information les activités relatives soit aux produits de fission gazeux, soit aux produits de fission solides, solubles dans le fluide primaire du réacteur en fonctionnement. Parmi les nucléides que l'on peut ainsi utiliser, les plus fréquents et les plus intéressants sont parmi les produits gazeux, les gaz rares, kryptons et xénon et parmi les produits solides, les iodes et les césiums. Le tableau ci-après donne la liste de ces différents nucléides accompagnés de leur période, lesquelles sont, comme on peut le voir, très variables, de quelques minutes à plusieurs années.

30

35

NUCLEIDE	PERIODE
85m Kr	4,48 heures
87 Kr	76,3 minutes
88 Kr	2,8 heures
89 Kr	3,18 minutes
134 Cs	2,06 ans
137 Cs	30,1 ans
138 Cs	32,2 minutes

NUCLEIDE		PERIODE
5	133 Xe	5,29 jours
	133m Xe	2,2 jours
	135 Xe	9,17 heures
	137 Xe	3,83 minutes
	138 Xe	14,1 minutes
10	131 I	8,04 jours
	132 I	2,38 heures
	133 I	20,8 heures
	134 I	52 minutes
	135 I	6,59 heures

Nota : dans ce tableau, m signifie métastable.

En première approximation, l'activité en produits de fission de l'eau primaire d'un réacteur nucléaire refroidi à l'eau pressurisée ne dépend que de trois paramètres qui sont :

- le nombre n de rupture de gaines ;
- la température T du ou des crayons de combustible ayant subi une rupture ;
- la taille de la ou des ruptures que l'on peut traduire par le coefficient de fuite γ_g .

Comme l'information recueillie sur l'activité de l'eau du circuit primaire est une information globale et qu'il n'y a aucune possibilité de "sectoriser" la source de l'information, il en résulte que la température que l'on vient de définir ne peut être que la moyenne des températures des différents points des crayons de combustible ayant subi une fissure dès lors que le nombre n des ruptures est supérieur à 1 ; de la même façon, le concept de taille de la rupture ne peut que représenter la moyenne des surfaces de défauts existants. Ces constatations sont importantes pour la suite de l'exposé dans lequel il faudra toujours se référer à cette particularité à chaque fois qu'il sera question de la température des fissures, ou de la taille

des ruptures. Pour ce dernier coefficient, on peut en donner dans le cas d'une rupture unique une définition plus précise qui est la suivante :

$$v_g = D/e \times s/V$$

5 formule dans laquelle :

- D est le coefficient de diffusion du produit de fission déterminé en cm^2/s ;

- e est le chemin parcouru en centimètres par le produit de fission, c'est-à-dire à peu de choses près l'épais-
10 seur de la gaine ;

- s est la surface du défaut ou de la fissure en cm^2 ;

- V est en pratique le volume de la chambre d'ex-
pansion comprise entre le combustible et sa gaine, exprimé
15 en cm^3 .

On voit donc que le coefficient v_g caractérise la proportion de l'activité totale présente dans la chambre d'expansion qui franchit la gaine fissurée par seconde. Il est donc bien caractéristique de la gravité d'une rupture
20 et s'exprime par un nombre qui a les dimensions de l'inverse d'un temps. Les valeurs courantes du coefficient v_g sont comprises entre $10^{-2}/\text{s}$ à $10^{-6}/\text{s}$ en moyenne pour un réacteur du type précédemment rappelé.

L'activité d'un nucléide produit de fission dans
25 le circuit primaire d'un réacteur à eau pressurisée peut donc être représentée par une expression de la forme :

$$A_i = F(n, T, v_g)$$

Pour une rupture ou des ruptures de gaines ayant des caractéristiques identiques, le rapport des activités
30 de deux nucléides A_i et A_j est indépendant du nombre des ruptures et on a donc :

$$R = A_i/A_j = F'(T, v_g)$$

La détermination de la température et de la taille de la ou des ruptures de gaines existant dans un coeur
35 de réacteur pourrait donc être faite facilement en étudiant

les rapports d'activité de nucléides si l'on connaissait à la fois les fonctions $F'(T, \nu_g)$, et la valeur de l'un des paramètres T ou ν_g . Dans le cas général, il n'en est pas ainsi, mais le demandeur a trouvé, et ceci est un résultat inattendu et intéressant, qu'en choisissant particulièrement les couples de nucléides dont on effectuait les rapports d'activité, on pouvait ainsi déterminer des couples dont les rapports d'activité, par ailleurs facilement accessibles à la mesure, sont plus particulièrement dépendants de ν_g ou de la température. Comme les fonctions $F'(T, \nu_g)$ sont maintenant calculables par ordinateur à l'aide de programmes spéciaux connus, on est ramené à la résolution d'équations à une inconnue, permettant le calcul successif des paramètres T , ν_g et n .

Cette constatation nouvelle et très importante a permis de mettre au point un procédé de détermination des caractéristiques des ruptures de gaines d'éléments combustibles de réacteur nucléaire qui se caractérise par la succession des opérations suivantes :

- on détermine par le calcul pour les caractéristiques données du coeur du réacteur et pour le taux de combustion de ses éléments combustibles :

a) une série de premiers abaques donnant, pour un certain nombre de nucléides, leur activité totale dans le réfrigérant primaire en fonction de la température moyenne du combustible fissuré pour un état de ruptures de gaines défini arbitrairement par une seule rupture, chaque abaque de cette série étant établi pour une valeur particulière du coefficient ν_g ;

b) un deuxième abaque donnant, pour différentes valeurs du coefficient ν_g et en fonction de la température moyenne du combustible fissuré, les rapports d'activité des différents nucléides pris deux à deux de façon à faire apparaître deux groupes de rapports, à savoir des rapports d'un premier groupe qui sont, en première approximation, indépendants de la température, et des rapports d'un second groupe

qui varient de façon croissante en fonction de la température ;

c) un troisième abaque, dérivé des rapports d'activité du premier groupe précédent, donnant pour ces mêmes
5 rapports du premier groupe les variations du coefficient ν_g en fonction du rapport d'activité lui-même ;

- on détermine, à partir de valeurs des rapports d'activités de nucléides du premier groupe mesurées dans le réfrigérant primaire du réacteur et reportées sur le troi-
10 sième abaque précédent, une valeur moyenne du coefficient ν_g ;

- on détermine, à partir de valeurs des rapports d'activités de nucléides du deuxième groupe mesurées dans le réfrigérant primaire du réacteur et reportées, en même
15 temps que la valeur du coefficient ν_g précédemment trouvée, sur le deuxième abaque précédent, une valeur moyenne de la température du combustible fissuré ;

- on détermine, à partir des activités mesurées pour un certain nombre de nucléides présents dans le réfri-
20 gérant primaire et reportées en même temps que la température précédente sur l'abaque de la première série correspondant au coefficient ν_g obtenu, le nombre réel de fissures.

Le demandeur a pu ainsi mettre en évidence que certains rapports d'activité de nucléides produits de fission
25 contenus dans l'eau de réfrigération primaire d'un réacteur nucléaire, ne dépendaient pratiquement que d'un paramètre, à savoir la valeur de ν_g représentant la gravité moyenne des fissures. Comme il est maintenant classique de pouvoir déterminer par le calcul, à l'aide de programmes existants,
30 les abaques représentant les fonctions $R = F'(T, \nu_g)$, on conçoit qu'il devient possible, lorsque cette fonction en dépend plus que d'une seule variable, de déterminer cette variable en rapprochant les valeurs lues sur les abaques établis théoriquement des valeurs effectivement déterminées
35 par mesure spectrométrique sur le réfrigérant du réacteur. De tels programmes, permettant la simulation par ordinateur

de l'apparition dans le fluide réfrigérant du réacteur d'une activité de produits de fission consécutive à des ruptures de gaines, sont connus notamment sous le nom de code PROFIP 3 et ont fait l'objet de la publication suivante : Thèse de
5 troisième cycle, Université de Paris, Faculté des Sciences d'Orsay (Paris XI), Juin 1978 "Etude de la contamination du circuit primaire des réacteurs à eau pressurisée" par J. M. Gomit.

On voit donc que la mise en oeuvre du procédé selon
10 l'invention nécessite le calcul préalable de trois abaques différents à l'aide d'un programme de simulation des phénomènes de migration des produits de fission, provenant des ruptures de gaines, dans le réfrigérant du réacteur nucléaire, ainsi que la mesure expérimentale, par des méthodes de spec-
15 trométrie gamma en soi parfaitement connues, d'un certain nombre de rapports d'activités de nucléides présents dans le réfrigérant primaire à la suite de ruptures de gaines.

La mise en oeuvre du procédé, objet de l'invention conduit ainsi à la détermination de proche en proche de la
20 valeur moyenne du coefficient γ_g , de la valeur moyenne T , de la température des crayons à l'emplacement des fissures, et du nombre vraisemblable n de fissures réelles. A ce stade, il convient de rappeler que les différentes valeurs déterminées ne sont effectivement que des moyennes puisque les
25 mesures sont faites sur le réfrigérant primaire en provenance de l'ensemble des crayons du coeur du réacteur, et il y a lieu d'en interpréter la signification comme suit.

La valeur moyenne du coefficient γ_g est caractéristique de la gravité moyenne des fissures de gaines de
30 l'ensemble du coeur à l'instant considéré. Ce coefficient représente approximativement la surface totale des fissures existantes dans le coeur divisée par le nombre de celles-ci. La température moyenne des fissures doit se comprendre comme représentant la moyenne des températures réelles prises dans
35 l'axe de chacun des différents crayons qui sont atteints

par des fissures. Le nombre moyen des fissures n finalement obtenu découle de la moyenne d'un certain nombre de rapports d'activités par rapport à un abaque calculé dans l'hypothèse d'une fissure ; le nombre n ainsi obtenu représente le
5 nombre vraisemblable de fissures réelles compte tenu de l'hypothèse de l'identité de gravité des différentes fissures, cette hypothèse étant traduite par une valeur particulière du coefficient v_g .

La détermination finale des trois caractéristiques
10 v_g , T et n peut intervenir à volonté soit à la main, soit dans le cadre d'une automatisation complète du procédé, à l'aide de machines calculatrices permettant ainsi la surveillance en continu du réacteur.

Conformément à l'invention, on a recours à deux
15 catégories différentes de couples de nucléides, pour effectuer les mesures. Le premier groupe de couples de nucléides donne des rapports d'activités pratiquement indépendants de la température des fissures et il s'obtient en associant deux par deux des nucléides dans une fraction dont le premier
20 terme correspond à un nucléide dont la période est inférieure à dix heures et dont le second terme correspond à un nucléide dont la période est comprise entre trois minutes et la période du nucléide du premier terme. De préférence d'ailleurs, les meilleurs résultats sont obtenus lorsque les deux nucléides
25 du premier groupe associé ont un écart de période maximal. Si l'on se réfère au tableau précédemment cité des principaux produits de fission et de leurs périodes, on constate qu'un grand nombre de couples de nucléides sont utilisables pour constituer des couples du premier groupe. Couramment toute-
30 fois, il est commode d'utiliser au dénominateur de la fraction le 135 xénon dont la période est de 9,17 heures, en association avec au dénominateur l'un des nucléides choisis parmi le 138 xénon (14,1 minutes), le 87 krypton (76,3 minutes) et le 138 césium (32,2 minutes). On pourrait utiliser
35 également au numérateur de la fraction le 89 krypton

(3,18 minutes), le 137 xénon (3,83 minutes), qui répondraient parfaitement à la définition. Bien entendu, pour un couple de nucléides choisi, on peut utiliser les inverses des rapports ci-dessus en inversant le numérateur et le dénominateur.

Pour déterminer les nucléides que l'on peut associer deux par deux afin de constituer des rapports d'activités du deuxième groupe, c'est-à-dire croissant avec la température, il est nécessaire d'associer deux par deux des nucléides dans une fraction dont le premier terme correspond à un nucléide de période inférieure à dix heures et dont le second terme correspond à un nucléide de période supérieure à 24 heures. A titre d'exemple, on emploie fréquemment au dénominateur de la fraction du rapport d'activités, le 135 xénon (9,17 heures), et au numérateur le 133 xénon (5,29 jours) ou par exemple le 133m xénon (2,2 jours) ou le 131 iode (8,04 jours). Bien entendu, ces différentes combinaisons sont données à titre indicatif et nullement limitatif, les conditions optimales étant définies ainsi qu'il vient d'être expliqué. Comme précédemment signalé pour le premier groupe, on peut utiliser les inverses des rapports ci-dessus en inversant le numérateur et le dénominateur.

La présente invention a enfin pour objet un procédé de détermination des caractéristiques des ruptures de gaines d'éléments combustibles de réacteur nucléaire à l'aide des valeurs, pour un certain nombre de nucléides présents dans ledit fluide de refroidissement, du rapport R/B, dans lequel :

- R est le nombre d'atomes d'un tel nucléide effectivement relâché par seconde dans le fluide primaire par le coeur du réacteur en fonctionnement ;

- B est le nombre calculé d'atomes du même nucléide produit théoriquement par seconde, caractérisé en ce que l'on place les différentes valeurs du rapport R/B ainsi déterminées sur un graphique en coordonnées cartésiennes en fonction de la constante de désintégration λ

de chaque nucléide représentée en abscisses et en ce que l'on surveille le bon alignement sur une même droite horizontale des différents points ainsi obtenus, la cessation de cet alignement étant caractéristique de l'apparition d'au moins
5 une fissure.

La méthode est particulièrement simple, puisqu'il suffit de prendre en considération un petit nombre de nucléides, une dizaine par exemple, de façon à pouvoir obtenir un résultat graphiquement satisfaisant, et de déterminer
10 l'activité réelle relâchée par seconde dans le fluide primaire de refroidissement. En faisant le rapport R/B de ce nombre d'atomes relâchés par seconde avec le nombre d'atomes produits également par seconde et calculé théoriquement pour le même nucléide, compte tenu bien entendu de la puissance
15 de fonctionnement du réacteur, on obtient sur un graphique en fonction de λ un certain nombre de points dont la théorie montre qu'ils doivent se situer sur une même droite horizontale tant qu'il n'existe pas de ruptures de gaines. Il suffit donc de tracer périodiquement ce graphique et de vérifier,
20 aux erreurs de mesure près, l'alignement des différents points, la cessation de cet alignement étant caractéristique de l'apparition d'un défaut. Dans le cas où cette première partie du diagnostic se révèle positive et où un tel défaut est effectivement détecté, le procédé, objet de l'invention,
25 permet alors de faire la surveillance de cette rupture ainsi mise en évidence.

De toute façon, l'invention sera mieux comprise en se référant à la description qui suit d'un certain nombre d'exemples de détection et de détermination des caractéris-
30 tiques des ruptures de gaines d'éléments combustibles de réacteur nucléaire du type PWR, description qui sera donnée à titre illustratif mais non limitatif et sera faite en se référant aux figures 1 à 4 ci-jointes sur lesquelles :

- la fig. 1, illustrative du procédé de détection
35 des ruptures de gaines, représente pour un certain nombre de

nucléides le rapport d'activité R/B en fonction de la constante de désintégration λ de chacun d'eux exprimée en seconde $^{-1}$;

5 - la fig. 2 représente un exemple de calcul du premier abaque, donnant, pour un coefficient ν_g donné, en fonction de la température, l'activité totale en Curies par tonne d'eau de réfrigération primaire d'un réacteur pour différents produits de fission radioactifs provenant d'une seule rupture de gaine ;

10 - la fig. 3 représente un exemple de deuxième abaque sur lequel on a porté en fonction de la température exprimée en $^{\circ}\text{C}$ le rapport d'activités de nucléides des premier et deuxième groupes pour différentes valeurs du coefficient ν_g ;

15 - la fig. 4 représente un exemple de troisième abaque tracé pour les trois rapports particuliers d'activités du premier groupe de la fig. 3, et donnant les valeurs de ν_g en fonction du rapport d'activités.

20 La fig. 1 est relative au réacteur de Fessenheim I qui au moment où la courbe a été dressée fonctionnait avec une puissance de 2 650 MW thermiques. Le rapport R/B défini comme précédemment par le rapport du nombre d'atomes de chaque nucléide de fission relâché par seconde dans le liquide sur le nombre d'atomes calculés du même nucléide
25 produit théoriquement par seconde, est porté en ordonnées, en échelle logarithmique, en fonction du coefficient de désintégration radioactif λ exprimé en seconde $^{-1}$ et porté en abscisses en échelle logarithmique. Douze nucléides de fission radioactifs ont été examinés et ont servi à déter-
30 miner les douze points correspondants sur la courbe ; dans l'ordre d'abscisses croissantes, on rencontre l'iode 131, le xénon 133, le 133m xénon, l'iode 133, le xénon 135, l'iode 135, le 85m krypton, le 88 krypton, l'iode 132, le 87 krypton, l'iode 134 et le xénon 138. Comme on le voit
35 sur la figure, les différents points, aux erreurs de mesure près naturellement, sont répartis sur deux courbes 1 et 2 qui sont distinctes et qui diffèrent par conséquent d'une

seule droite horizontale. Cette simple constatation permet d'acquérir la certitude qu'il existe déjà à ce moment au moins une fissure dans les crayons constituant le coeur du réacteur. A titre d'explication complémentaire, on a
5 tracé en pointillés sous la référence 2a la portion de droite horizontale correspondant au niveau de contamination avant la rupture de gaine.

En se référant maintenant aux fig. 2 à 4, on va décrire de façon complète une étude de ruptures de gaine
10 telle qu'elle a été effectuée de façon pratique sur le réacteur nucléaire à eau pressurisée de la centrale de Tihange durant l'année 1978.

La fig. 2 représente un premier abaque (au sens donné précédemment à ce terme dans le présent texte) calculé sur ordinateur à l'aide du programme PROFIP 3 dans
15 les hypothèses suivantes : le coefficient de fuite v_g des gaines fissurées a été fixé à $10^{-2}/s$ et pour une seule rupture de gaine. Par ailleurs, le calcul a été fait en prenant comme taux de combustion des éléments combustibles la valeur de 12 000 MWJ/T. On a ainsi calculé l'activité
20 en Curie/tonne d'eau dans l'eau primaire du réacteur pour sept nucléides produits de fission, à savoir les trois xénons 133, 135 et 138, les trois kryptons 85m, 87 et 88 et le césium 138 en fonction de la température du crayon défectueux exprimée en °C. Les ordonnées sont en échelle logarithmique et les abscisses en échelle linéaire.
25

Sur la fig. 3, on a représenté un deuxième abaque calculé également pour un taux de combustion de 12 000 MWJ/T; il montre l'évolution de rapports d'activités de nucléides
30 produits de fission portés en ordonnées, en échelle logarithmique, en fonction de la température moyenne des crayons fissurés portée en abscisses en échelle linéaire. Ces rapports ont été dressés pour un certain nombre de valeur du coefficient v_g variant de $10^{-2}/s$ à $10^{-6}/s$. Le mérite de
35 cette fig. 3 est de faire apparaître clairement les deux groupes de couples de nucléides, à savoir à la partie

inférieure de la fig. 3, les rapports du premier groupe qui sont pratiquement indépendants de la température et à la partie supérieure de la figure, les rapports d'activités du deuxième groupe (en traits pleins) dont on voit
5 qu'ils croissent de façon importante et rapidement en fonction de cette même température. Dans cet exemple de la fig. 3, les rapports de nucléides du premier groupe choisis sont au nombre de trois. Ce sont : 87 krypton/135 xénon, 138 xénon/135 xénon, et 138 césium/135 xénon. Un
10 seul couple du deuxième groupe a été étudié ; il s'agit du rapport 133 xénon/135 xénon.

Sur la fig. 4, on a reporté les résultats des couples de nucléides du premier groupe de la fig. 3, sous une autre présentation qui correspond à un abaque du troisième type
15 décrit précédemment. En ordonnées on a porté en échelle logarithmique la valeur du coefficient ν_g en seconde⁻¹ et, en abscisses, en échelle logarithmique, le rapport des activités de chaque couple de nucléides. Sur cette fig. 4, on doit noter l'absence de la température qui par définition
20 est sans action sur les rapports d'activités des nucléides du premier groupe.

Dans la pratique, pour réaliser la surveillance des ruptures de gaines, on commence par utiliser le troisième abaque, en mesurant des rapports d'activités de
25 nucléides appartenant au premier groupe. On en déduit alors facilement la valeur moyenne ν_g caractéristique de l'état des ruptures de gaines du coeur à l'instant considéré, c'est-à-dire pratiquement le rapport de la surface totale des fissures au nombre des fissures.

30 Dans le cas particulier du calcul fait sur le réacteur de Tihange, il a été trouvé comme valeur moyenne à la suite de l'exploitation de ce troisième abaque un ν_g de l'ordre de 10^{-2} /s.

35 En reportant ensuite cette valeur moyenne ν_g sur les rapports d'activités des nucléides du deuxième groupe

sur le deuxième abaque (fig. 3) et en la rapprochant du rapport d'activités effectivement mesuré par spectrométrie dans l'eau primaire du coeur pour le rapport de nucléides $^{133}\text{Xe}/^{135}\text{Xe}$, on peut déterminer alors la température moyenne des gaines fissurées. Dans le cas de l'étude faite pour le réacteur de Tihange on a trouvé que cette température moyenne était de 1560°C .

En reportant enfin cette dernière valeur de la température sur le premier abaque de la fig. 2, correspondant à un coefficient v_g de $10^{-2}/\text{s}$ et à une rupture de gaine, avec le même taux de combustion de $12\,000\text{ MWJ/T}$, on peut déterminer par comparaison avec la valeur mesurée de l'activité totale dans l'eau primaire pour chacun des sept produits de fission figurant sur ce premier abaque, le nombre réel de ruptures de gaines. Cette détermination faite en tenant compte des différentes erreurs possibles a conduit à un nombre moyen de fissures $n = 2,7 \pm 0,5$.

Les résultats exacts mesurés pour l'activité de chaque nucléide sont consignés dans le tableau ci-après correspondant à des mesures effectuées durant le mois de janvier 1978 à la centrale de Tihange.

$v_g = 10^{-2} \dots \dots \dots T = 1560^\circ\text{C} \dots \dots$			
Nucléides	Activité mesurée (Ci/t) $\dots \dots$	Calcul PROFIP pour une rupture de gaine $\dots \dots$	Nombre de ruptures calculé $\dots \dots$
^{133}Xe	$(7,52 \pm 2,04) 10^{-1}$	$2,50 10^{-1}$	$3,0 \pm 0,8$
^{133m}Xe	$(1,87 \pm 0,38) 10^{-1}$	$6,78 10^{-3}$	$2,8 \pm 0,6$
^{135}Xe	$(1,61 \pm 0,19) 10^{-1}$	$5,77 10^{-2}$	$2,8 \pm 0,3$
^{85m}Kr	$(3,08 \pm 0,43) 10^{-2}$	$1,18 10^{-2}$	$2,6 \pm 0,4$
^{87}Kr	$(4,12 \pm 0,40) 10^{-2}$	$1,87 10^{-2}$	$2,2 \pm 0,2$
^{88}Kr	$(6,04 \pm 0,76) 10^{-2}$	$1,85 10^{-2}$	$3,3 \pm 0,4$

A la fin du cycle de tests effectués, le réacteur a été arrêté, le coeur déchargé et examiné, et on a trouvé effectivement que trois crayons de combustibles étaient

endommagés, l'un de ceux-ci en fait ayant même perdu son
bouchon. Les trois crayons travaillaient à des températures
de l'ordre effectivement de 1560°C , c'est-à-dire à des
températures supérieures à la température moyenne du coeur
5 prise dans l'axe des crayons, laquelle était d'environ
1 300°C .

REVENDEICATIONS

1. Procédé de détermination des caractéristiques des ruptures de gaines d'éléments combustibles de réacteurs nucléaires, caractérisé en ce que, après avoir détecté l'apparition d'une telle rupture, on effectue successivement les opérations suivantes :

- on détermine par le calcul pour les caractéristiques données du coeur du réacteur et pour le taux de combustion de ses éléments combustibles :

a) une série de premiers abaques donnant, pour un certain nombre de nucléides, leur activité totale dans le réfrigérant primaire en fonction de la température moyenne du combustible fissuré pour un état de rupture de gaines défini arbitrairement par une seule rupture, chaque abaque de cette série étant établi pour une valeur particulière du coefficient V_g ;

b) un deuxième abaque donnant, pour différentes valeurs du coefficient V_g et en fonction de la température moyenne du combustible fissuré, les rapports d'activités des différents nucléides pris deux à deux de façon à faire apparaître deux groupes de rapports, à savoir des rapports d'un premier groupe qui sont, en première approximation, indépendants de la température, et des rapports d'un second groupe qui varient de façon croissante en fonction de la température ;

c) un troisième abaque, dérivé des rapports d'activités du premier groupe précédent, donnant pour ces mêmes rapports du premier groupe les variations du coefficient V_g en fonction du rapport d'activités lui-même ;

- on détermine, à partir de valeurs des rapports d'activités de nucléides du premier groupe mesurées dans le réfrigérant primaire du réacteur et reportées sur le troisième abaque précédent, une valeur moyenne du coefficient V_g ;

- on détermine, à partir de valeurs des rapports d'activités de nucléides du deuxième groupe mesurées dans

le réfrigérant primaire du réacteur et reportées, en même temps que la valeur du coefficient V_g précédemment trouvée, sur le deuxième abaque précédent, une valeur moyenne de la température du combustible fissuré ;

- 5 - on détermine, à partir des activités mesurées pour un certain nombre de nucléides présents dans le réfrigérant primaire et reportées en même temps que la température précédente sur l'abaque de la première série, correspondant au coefficient V_g obtenu, le nombre réel de fissures.

10 2. Procédé de détermination des caractéristiques des ruptures de gaines d'éléments combustibles selon la revendication 1, caractérisé en ce que l'on obtient les couples de nucléides donnant des rapports d'activités du premier groupe en associant deux par deux des nucléides
15 dans une fraction dont le premier terme correspond à un nucléide dont la période est inférieure à 10 heures et dont le second terme correspond à un nucléide dont la période est comprise entre 3 minutes et la période du nucléide du premier terme, et en ce que l'on obtient les rapports
20 d'activités de nucléides du deuxième groupe en associant deux par deux des nucléides dans une fraction dont le premier terme correspond à un nucléide dont la période est inférieure à 10 heures et dont le second terme correspond à un nucléide dont la période est supérieure à 24 heures.

25 3. Procédé de détermination des caractéristiques des ruptures de gaines d'éléments combustibles selon la revendication 2, caractérisé en ce que l'on constitue les couples de nucléides du premier groupe en choisissant deux nucléides dont l'écart entre les périodes soit
30 maximal.

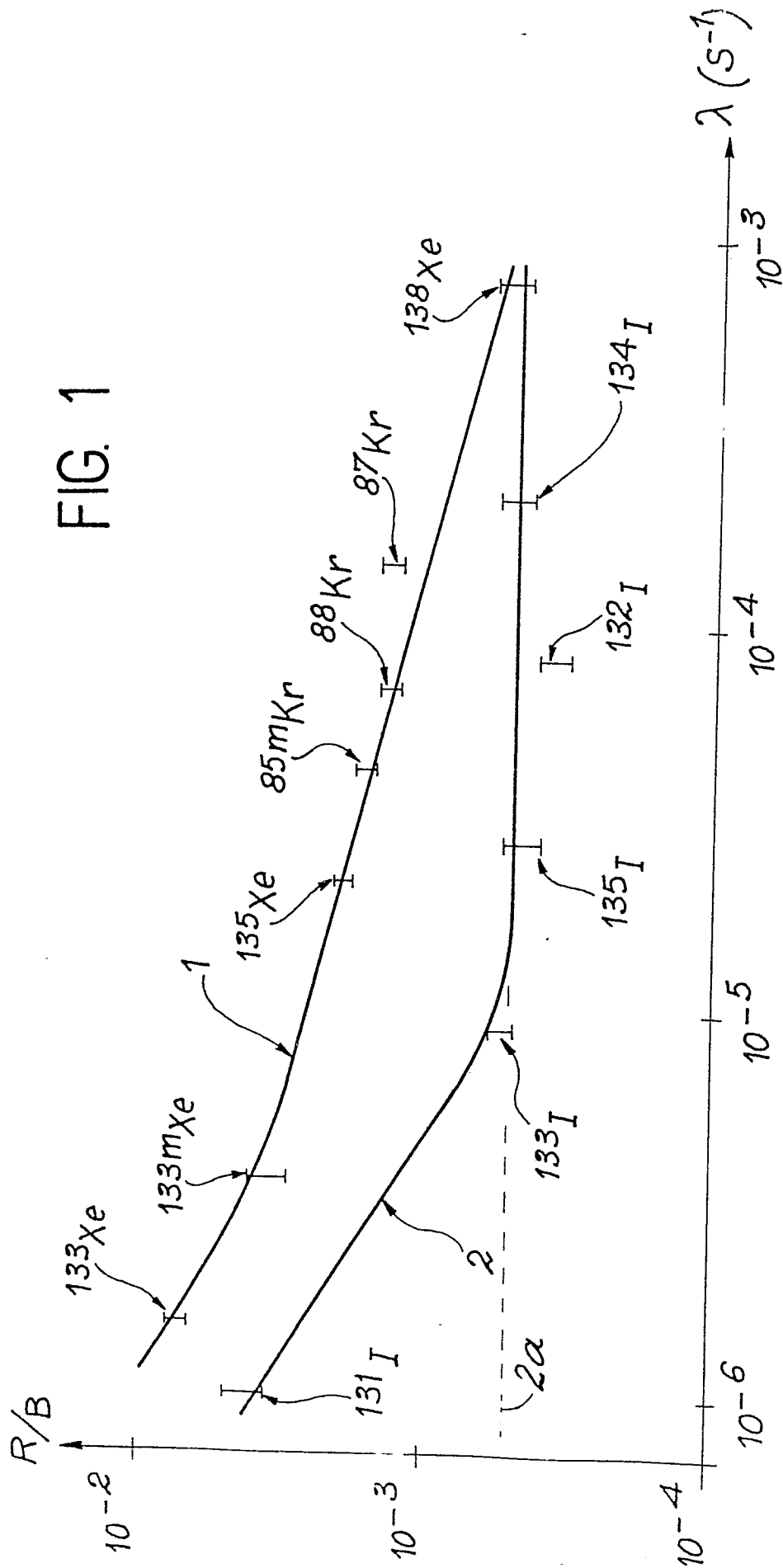
 4. Procédé de détermination des caractéristiques des ruptures de gaines d'éléments combustibles de réacteurs nucléaires selon l'une des revendications 1 à 3 précédentes, caractérisé en ce que les nucléides utilisés sont choisis
35 parmi les kryptons, les xénons, les césiums et les iodes.

5. Procédé de détermination des caractéristiques des ruptures de gaines d'éléments combustibles de réacteurs nucléaires selon l'une des revendications 1 à 4 précédentes, à l'aide des valeurs, pour un certain nombre de nucléides présents dans ledit fluide de refroidissement, du rapport R/B, dans lequel :

- R est un nombre d'atomes d'un tel nucléide effectivement relâché par seconde dans le fluide par le coeur du réacteur en fonctionnement,

- B est le nombre calculé d'atomes du même nucléide produit théoriquement par seconde, caractérisé en ce que, pour détecter l'apparition d'une fissure, on place les différentes valeurs du rapport R/B ainsi déterminées sur un graphique en coordonnées cartésiennes en fonction de la période λ de chaque nucléide représentée en abscisses et en ce que l'on surveille le bon alignement sur une même droite horizontale des différents points ainsi obtenus, la cessation de cet alignement étant caractéristique de l'apparition d'au moins une fissure.

FIG. 1



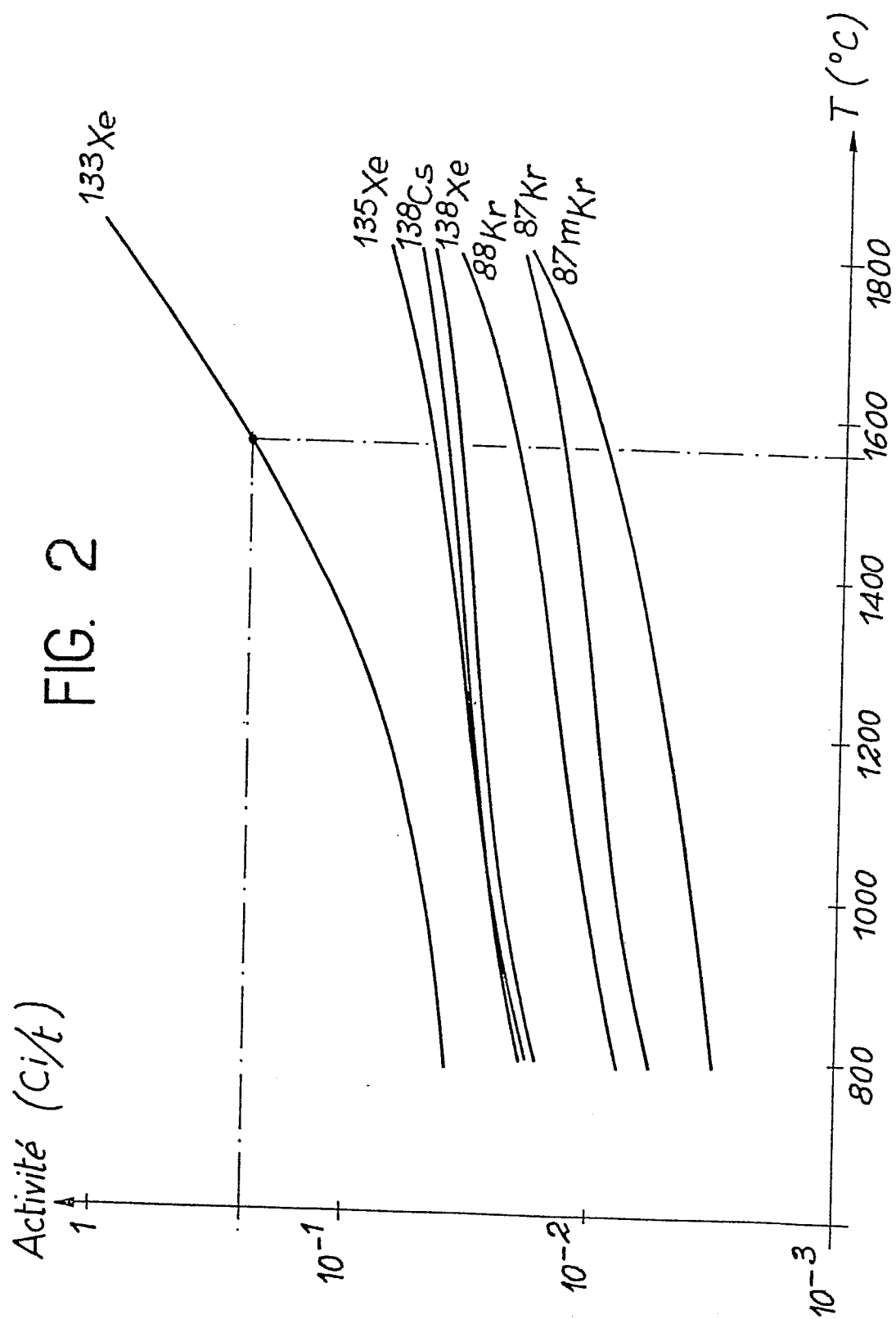


FIG. 2

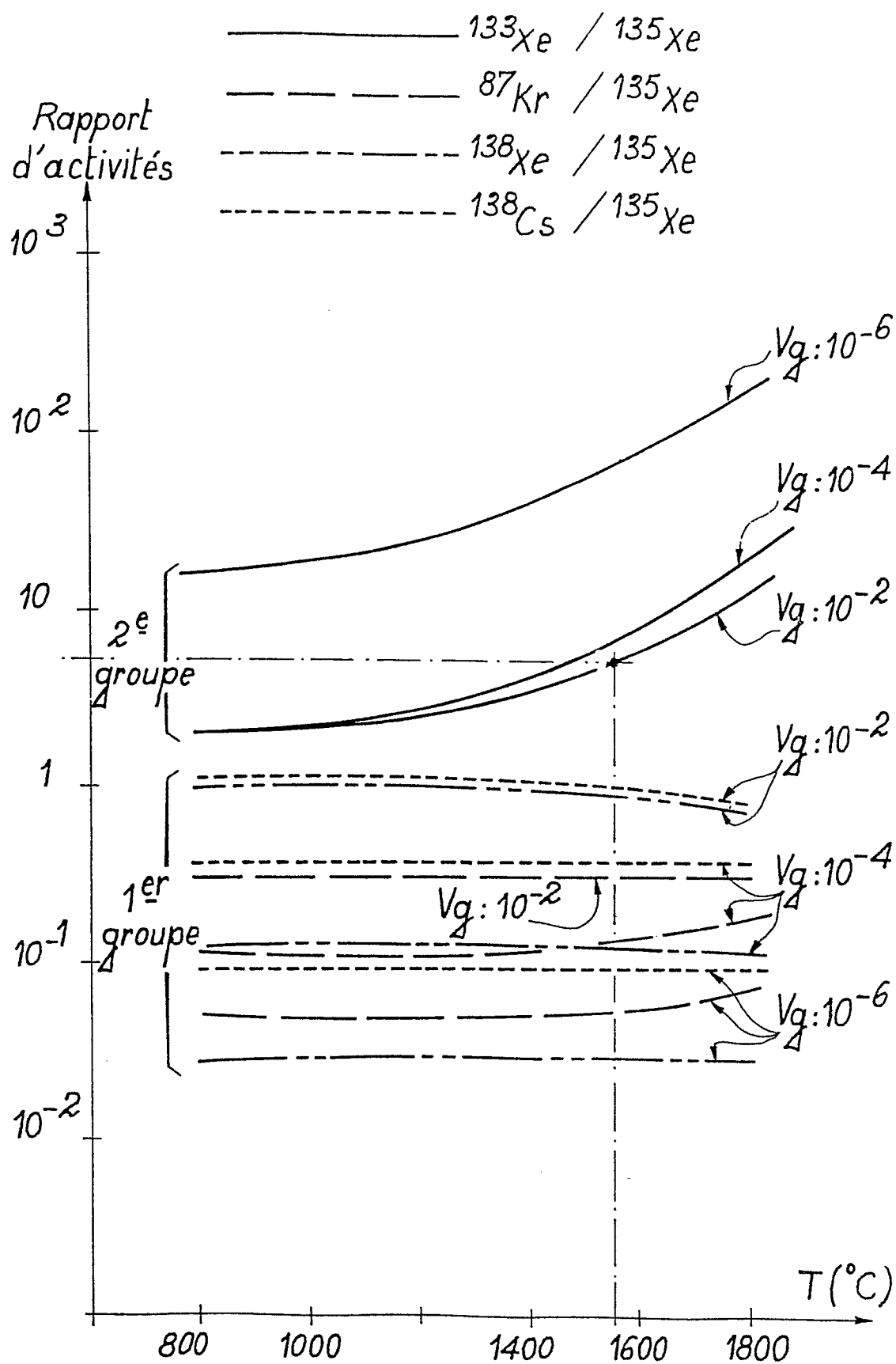


FIG. 3

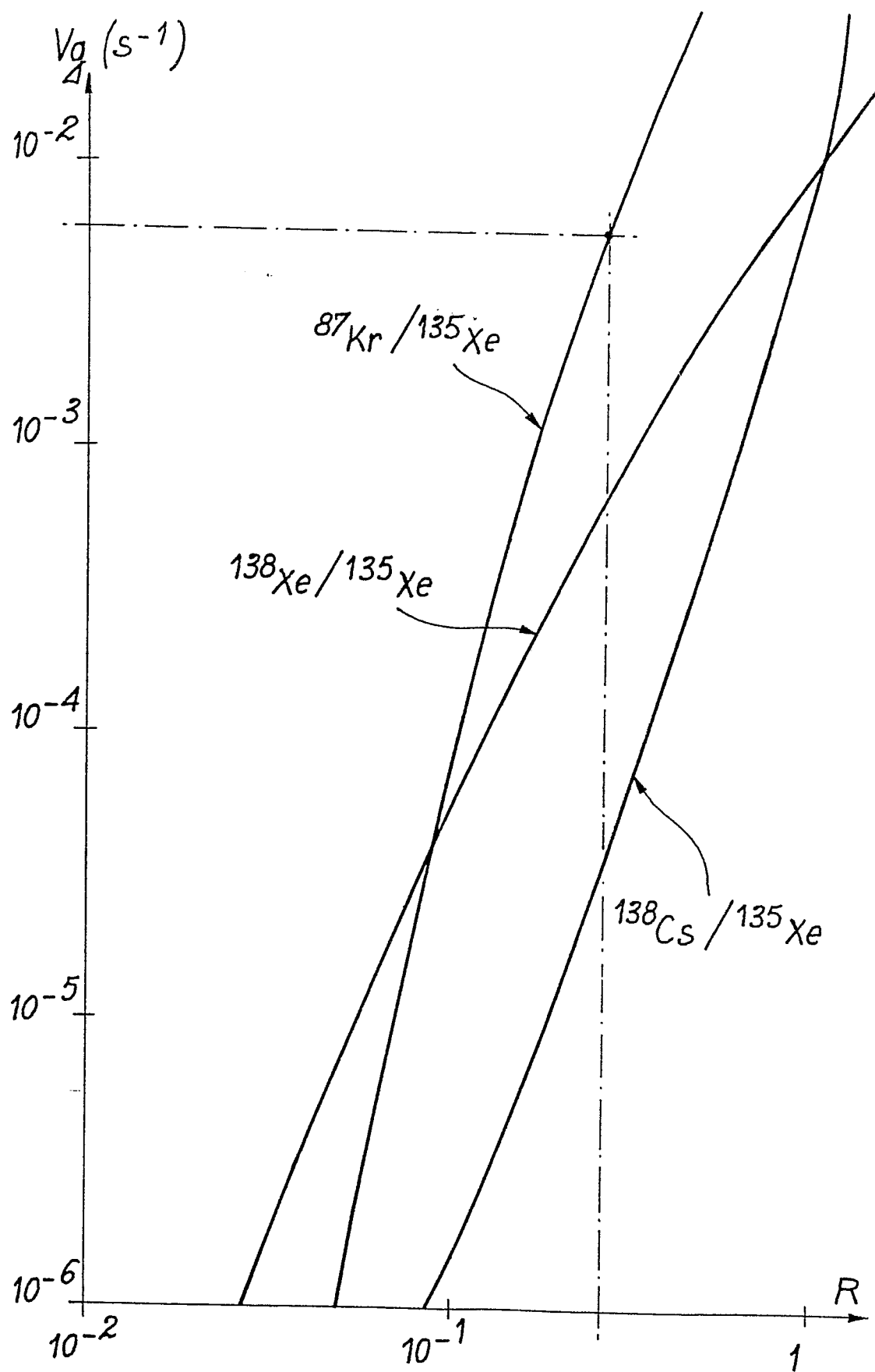


FIG. 4



Office européen
des brevets

RAPPORT DE RECHERCHE EUROPEENNE

0012061
Numéro de la demande

EP 79 40 0881

DOCUMENTS CONSIDERES COMME PERTINENTS			CLASSEMENT DE LA DEMANDE (Int. Cl. 3)
Catégorie	Citation du document avec indication, en cas de besoin, des parties pertinentes	Revendication concernée	
A	<u>DE - A - 2 603 031</u> (INTERATOM) * Page 2, alinéas 3,4,5; page 3, alinéa 1 *	4	G 21 C 17/04 G 01 T 1/00
	--		
A	<u>FR - A - 2 251 886</u> (U.S.A.E.C.) * Page 2, lignes 12-32; page 3, lignes 8-21 *	4	
	--		
A	<u>FR - A - 2 356 244</u> (C.E.A.) * Revendication *	1	DOMAINES TECHNIQUES RECHERCHES (Int. Cl. 3)
	--		
A	<u>FR - A - 2 383 454</u> (C.E.A.) * Revendication *	1	G 21 C 17/04 G 21 C 17/06

			CATEGORIE DES DOCUMENTS CITES
			X: particulièrement pertinent A: arrière-plan technologique O: divulgation non-écrite P: document intercalaire T: théorie ou principe à la base de l'invention E: demande faisant interférence D: document cité dans la demande L: document cité pour d'autres raisons
			&: membre de la même famille, document correspondant
K Le présent rapport de recherche a été établi pour toutes les revendications			
Lieu de la recherche La Haye		Date d'achèvement de la recherche 04-03-1980	Examineur KAVCIC